東海第二発電所　審査資料	
資料番号	SA設-C-2　改44
提出年月日	平成29年9月29日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年9月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち，□は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

下線部：今回提出資料

目　　次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて　【一部抜粋】

添付資料－１　重大事故等対処施設の網羅的な整理について

添付資料－２　ＳＡ用海水ピット，海水引込み管等の構造について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

以降目次削除

5.　荷重の組合せの検討結果

4 項の検討手順に基づき，まず，5.1 項ではＳＡが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し，5.2 項では，全般施設，ＰＣＶバウンダリ，ＲＰＶバウンダリに分けて，ＳＡ荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお，ＳＡ施設の支持構造物については，支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

5.1　地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては，ＤＢ施設の耐震設計の考え方に基づく。なお，確率論的な考察も考慮する。ここで，ＤＢ施設に対して従前より適用してきた考え方に基づき，地震の従属事象とは，ある地震力を想定して，その地震力未満で設計された設備が，その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象，すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し，地震の独立事象とは，確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

耐震Ｓクラス施設はS_sによる地震力に対して，その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は，耐震Ｓクラス施設自体が，S_sによる地震力に対して，損傷しないよう設計するだけでなく，下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても，その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。耐震Ｓクラス施設が健全であれば，炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し，S_s相当の地震により，起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し，ＤＢ設計の範囲で事象を収束させることができることを確認することとする。

したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討とし

ては，S_s相当の地震に対して，運転状態Ⅴは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い，運転状態Ⅴの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお，地震ＰＲＡの結果を参照し，確率論的な考察を実施した。ＳＡ施設に期待した場合の地震ＰＲＡにおいて，S_s相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度（ＣＤＦ）であって，ＳＡ施設による対策の有効性の評価がＤＢ条件を超えるものの累積値は，3.7×10^{-7}／炉年である。性能目標のＣＤＦ（10^{-4}／炉年）に対する相対割合として１％を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ，3.7×10^{-7}／炉年はこれを下回ることから，S_s相当までの地震力によりＤＢ条件を超える運転状態Ⅴの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって，ＳＡ施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において，運転状態Ⅴが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

（「（補足 3）「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について」参照）

5.2　荷重の組合せの検討結果

5.1 項で運転状態Ⅴは地震の独立事象と判断したことから，以下では施設分類毎に 4 項(3)の手順に従って，荷重の組合せを検討する。

5.2.1　全般施設

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。なお，全般施設については事故シーケンスグループを特定せず全てのＳＡを考慮する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているS_2，S_1の発生確率をS_S，S_dの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3)　荷重の組合せの継続時間の決定

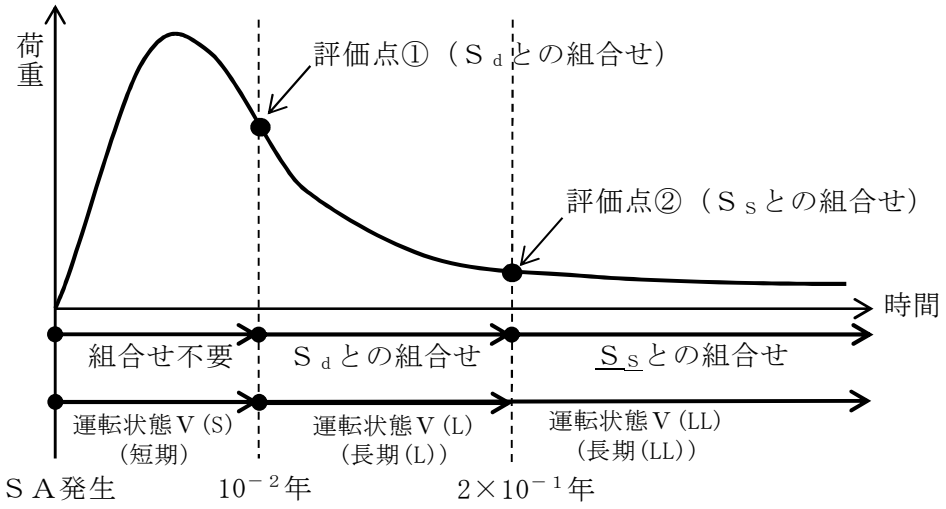
保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積により，組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動S_Sとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

第 5.2.1.1 表　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての ＳＡ	10^{-4}／年※1	弾性設計用 地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／年 以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた。



第 5.2.1.1 図　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重組合せの検討

(1)から(3)から，ＳＡの発生確率，地震動の超過確率と掛け合わせた発生確率は第 5.2.1.2 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【全般施設のＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10－4／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.1.2 表のＳＡの発生確率，地震動の超過確率，組合せの目安となるＳＡの継続時間との積を考慮し，ＳＡ発生後 10－2年以上に 2×10－1年未満の期間のうち最大となる荷重とＳｄを組み合わせる。また，ＳＡ発生後 2×10－1年以上の期間における最大値とＳＳによる地震力を組み合わせる

こととする。

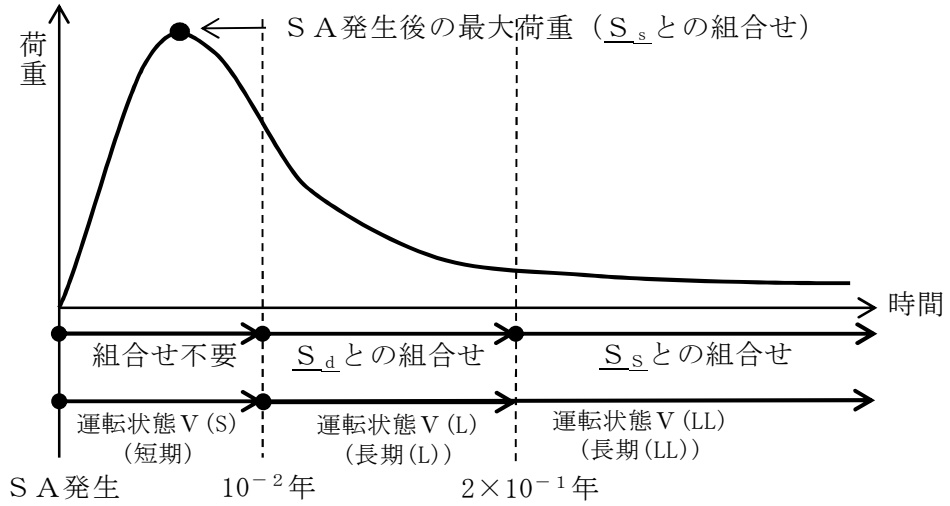
ここで，全般施設については必ずしもＳＡによる荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから，上記の考え方を包絡するようにＳＡ発生後の最大荷重とＳ$_S$による地震力を組み合わせる。

第 5.2.1.2 表　ＳＡの発生確率・継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の 発生確率	地震の発生確率	組合せの目安 となる継続時間	運転 状態	合　計
全ての ＳＡ	10^{-4}／炉年	Ｓ$_d$：10^{-2}／年以下	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	V(L)	10^{-8}／炉年 以下
		Ｓ$_S$：5×10^{-4}／年 以下	2×10^{-1}年 以上	V(LL)	10^{-8}／炉年 以下

(5)　まとめ

以上より，全般施設としては，ＳＡ発生後の最大荷重とＳ$_S$による地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.1.2 図　全般施設の荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.2　原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているS_2，S_1の発生確率をS_S，S_dの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3)　荷重の組合せの継続時間の決定

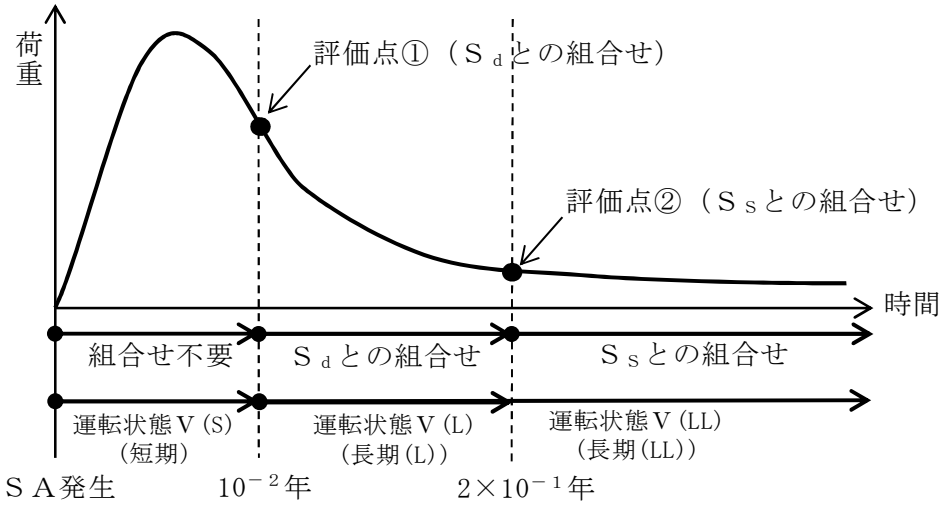
保守性を見込んだ 10^{-8}／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積との比較により，工学的，総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な 10^{-2}から 2×10^{-1}年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動Ｓｓとの組合せが必要な期間 2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

第 5.2.2.1 表　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全てのＳＡ	10^{-4}／炉年※1	弾性設計用地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／炉年以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた。



第 5.2.2.1 図　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重の組合せの検討

ａ．ＳＡの選定

本発電用原子炉施設を対象としたＰＲＡの結果を踏まえた，重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループのうち，圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として格納容器のＤＢ条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を下表に示す。

事故シーケンスグループ等	ＤＢ条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	－
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	○
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	○
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	○
崩壊熱除去機能喪失	－
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	○
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	×※1
津波浸水による注水機能喪失	○

「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	－
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用しない場合	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	×※2
水素燃焼	×※3
溶融炉心・コンクリート相互作用	×※2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※4
全交流動力電源喪失	×※4
原子炉冷却材の流出	×※4
反応度の誤投入	×※4

※1：有効性評価では，インターフェイスシステムＬＯＣＡにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており，格納容器圧力・温度の評価を実施していないが，破断を想定した系（残留熱除去系）以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから，格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない。

※2：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の事故シーケンスにて原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用に対する有効性評価を行っているため対象外とする。

※3：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。

※4：運転停止中は，炉心の冠水維持までを評価の対象としており格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら，静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は，運転中と比較して十分に小さく，事象の進展も運転中に比べて遅くなることから，運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これらの事故シーケンスグループ等のうち，格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で，最高使用圧力・温度を超え，さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に，事故発生後 10^{-2}年（約 3 日後）以内及び事象発生後 10^{-2}年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果，以下の事故シーケンスが挙げられる。

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても，事象発生後 10^{-2}年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから，一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが，上記の除熱機能により，最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって，最高使用圧力及び 10^{-2}年（約 3 日後）以内の温度に基づき，事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には，原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ，その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため，解析の前提として，重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで，各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており，他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は，高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方，格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では，格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから，「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして，雰囲気

圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは，原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は，大破断ＬＯＣＡが発生し，流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により，格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について，事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度，10^{-2}年（約 3 日後）の圧力及び温度を第 5.2.2.2 表に示す。

なお，その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては，格納容器冷却及び除熱に係る手順において，格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

第 5.2.2.2 表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage]
最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃
圧力（10^{-2}年後）	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下
温度（10^{-2}年後）	約 139℃以下	約 157℃以下

第 5.2.2.2 表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

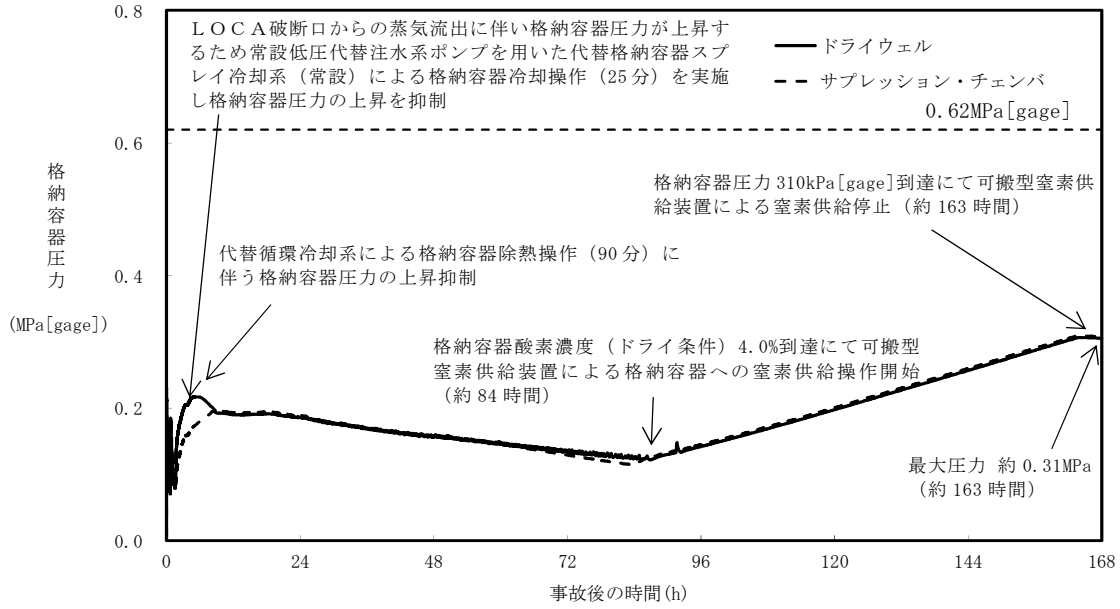
ｂ．ＳＡで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

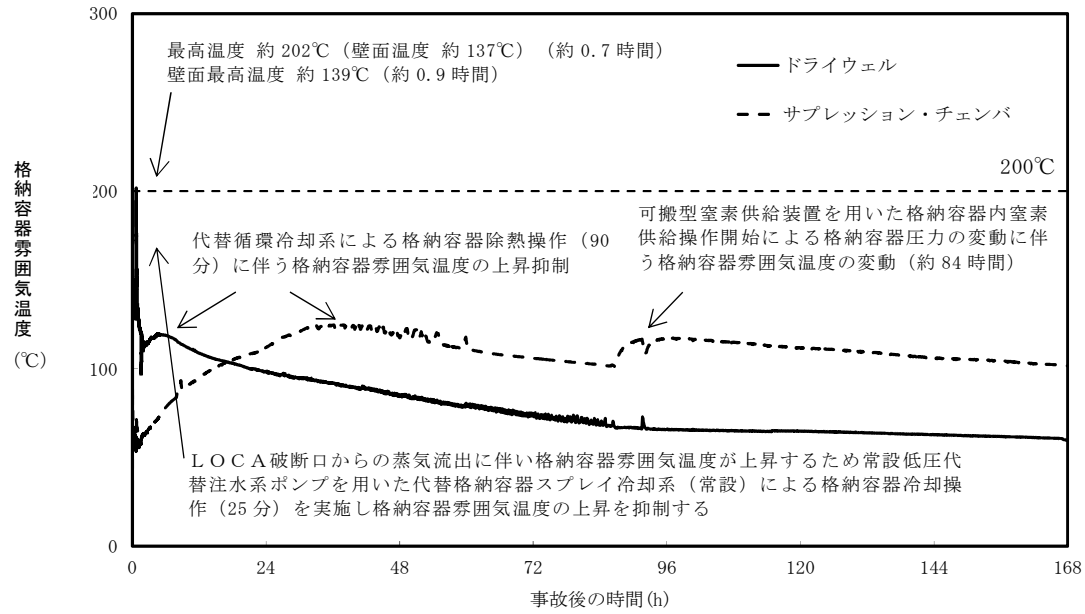
上記の２つの事故シーケンスグループ等について，格納容器圧力・温度の解析結果を第 5.2.2.2 図から第 5.2.2.5 図に示す。

第 5.2.2.2 図から第 5.2.2.5 図より，ＳＡ発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前までに，格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における 10^{-2} 年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，一時的に上昇する期間があるが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

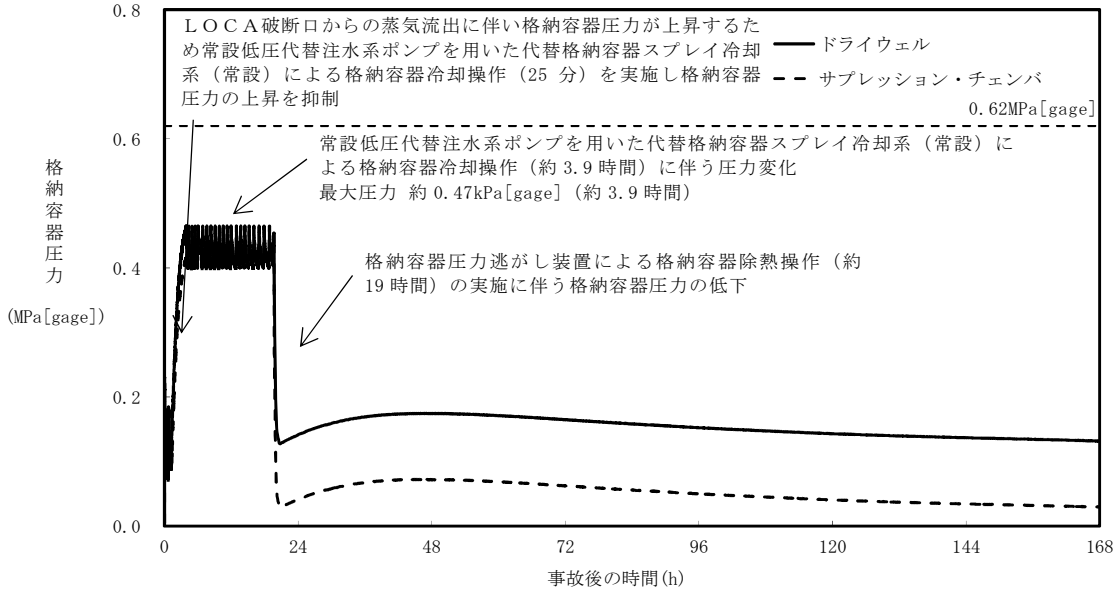
よって，ＳＡ発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前をＶ(S)（ＳＡの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態）として設定することは適切である。



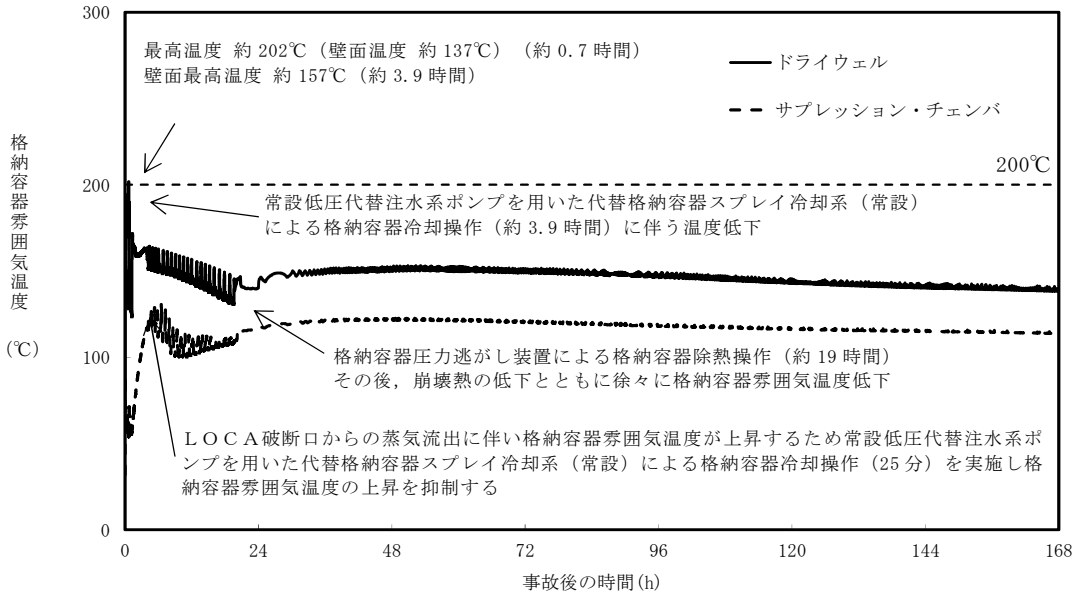
第 5.2.2.2 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



第 5.2.2.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の推移



第 5.2.2.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

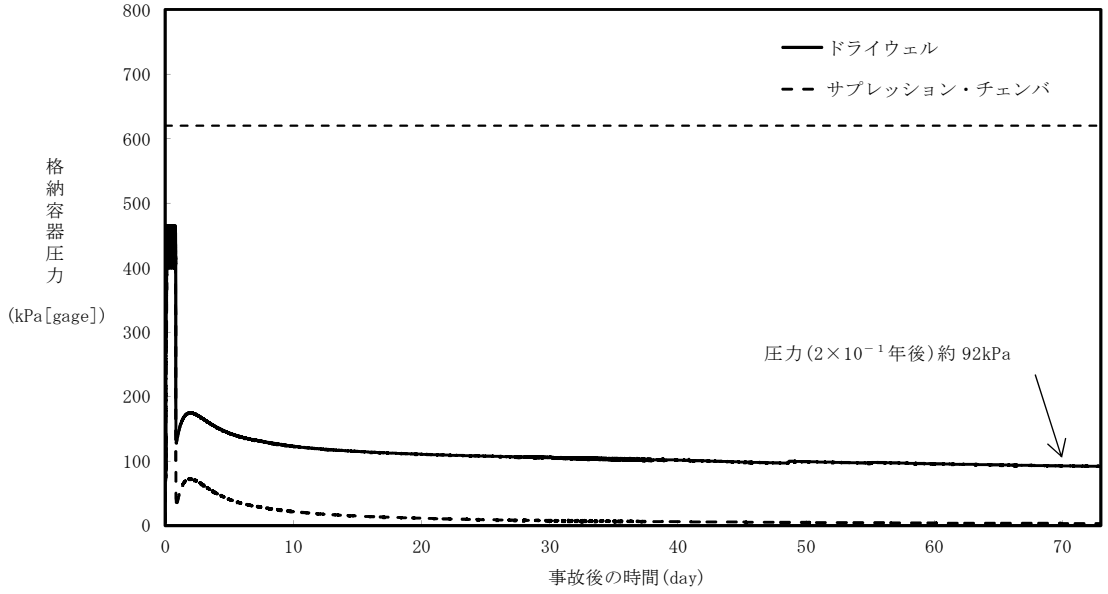


第 5.2.2.5 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

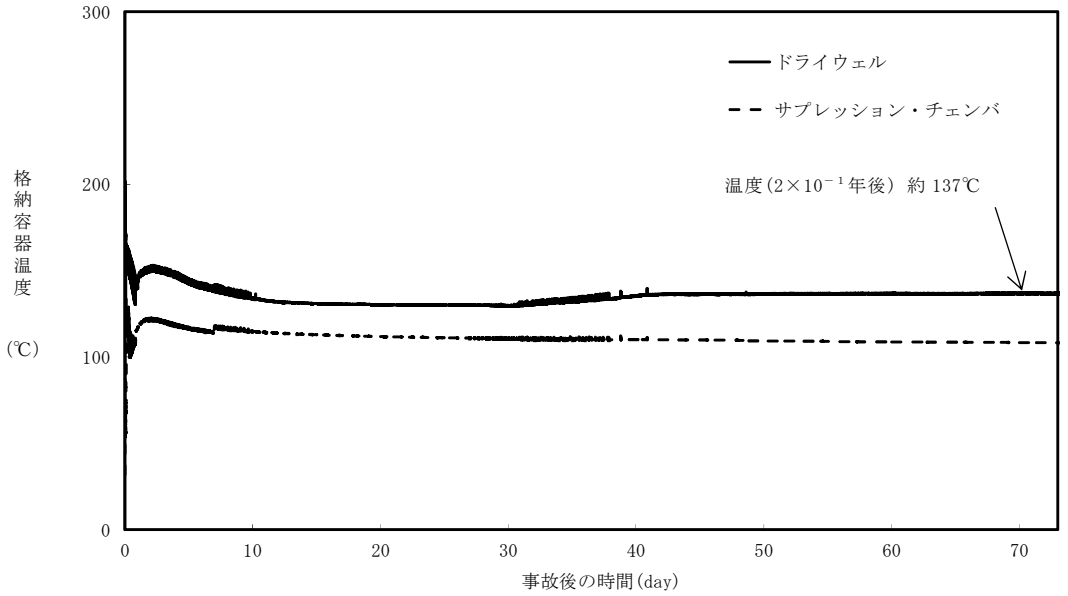
【長期(L)及び長期(LL)における荷重の継続時間】

ＳＡ発生後の格納容器の圧力・温度の推移は，除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。第 5.2.2.2 表に示したとおり，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」の方が圧力及び温度ともに高い。このため，本設定では，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第 5.2.2.6 図及び第 5.2.2.7 図に示す。事象発生後約 19 時間後から，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで，長期的には格納容器圧力は低下傾向となり，格納容器温度は飽和温度相当で推移する。



第 5.2.2.6 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移（長期間解析）



第 5.2.2.7 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

ここで，2×10^{-1}年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度の最高値を第 5.2.2.3 表に示す。第 5.2.2.3 表に示すとおり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により，格納容器圧力は低下傾向となり，格納容器温度は飽和温度相当で推移するが，2×10^{-1}年（約 70 日後）の時点の格納容器圧力・温度は通常運転条件の格納容器圧力・温度を上回ることととなる。

第 5.2.2.3 表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度の最高値（2×10^{-1}年後）

	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）
格納容器圧力	約 92kPa［gage］
格納容器温度	約 137℃

(1)から(3)から，ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率（添付資料 2 参照）を踏まえた事象発生確率は第 5.2.2.4 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【ＰＣＶバウンダリにおけるＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

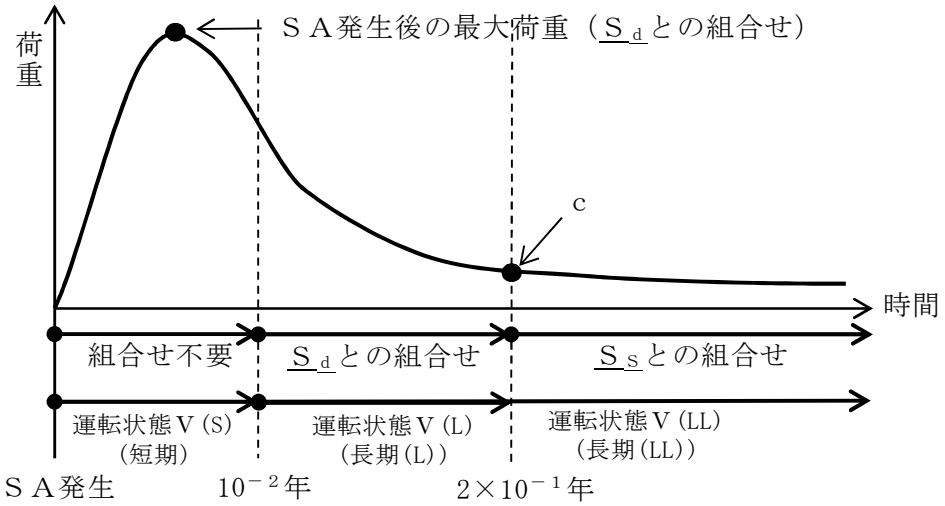
ここで，ＰＣＶバウンダリは，ＳＡ発生時における最終障壁となることから，その重要性を考慮し，ＳＡ発生後 10^{-2}年以降 2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は，保守的に事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。また，ＳＡ発生後 2×10^{-1}年以上の期間における最大となる荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。

第 5.2.2.4 表　ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故 シーケンス	重大事故等 の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを 考慮する判断目安	運転 状態	合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	10^{-4}／炉年	S_d：10^{-2}／年	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	V (L)	10^{-8}／炉年以下
		S_s：5×10^{-4}／年	2×10^{-1}年以上	V (LL)	10^{-8}／炉年以下

(5)　まとめ

以上より，ＰＣＶバウンダリとしては，ＳＡ後長期(LL)に生じる荷重とS_sによる地震力，ＳＡ発生後の最大となる荷重とS_dによる地震力を組み合わせることとする。



第 5.2.2.8 図　ＰＣＶバウンダリの荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

(1)　ＳＡの発生確率

ＳＡの発生確率としては，炉心損傷頻度の性能目標値である 10－４／炉年を適用する。

(2)　地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されているＳ２，Ｓ１の発生確率をＳＳ，Ｓｄの超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 参照）

(3)　荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ 10－８／炉年と，(1)，(2)で得られた値の積により，組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として，10－２年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態Ⅴ(S)），弾性設計用地震動Ｓｄとの組合せが必要な 10－２から 2×10－１年を長期(L)（運転状態Ⅴ(L)），基準地震動ＳＳとの組合せが必要な期間 2×10－１年以降を長期(LL)（運転状態Ⅴ(LL)）とする。

表 5.2.3.1　組合せの目安となる継続時間

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての ＳＡ	10^{-4}／年※1	弾性設計用 地震動S_d	10^{-2}／年※2	10^{-8}／年 以上	10^{-2}年以上
		基準地震動S_S	5×10^{-4}／年※2		2×10^{-1}年以上

※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として10^{-4}／炉年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動の発生確率S_2，S_1の発生確率をS_S，S_dに読み換えた

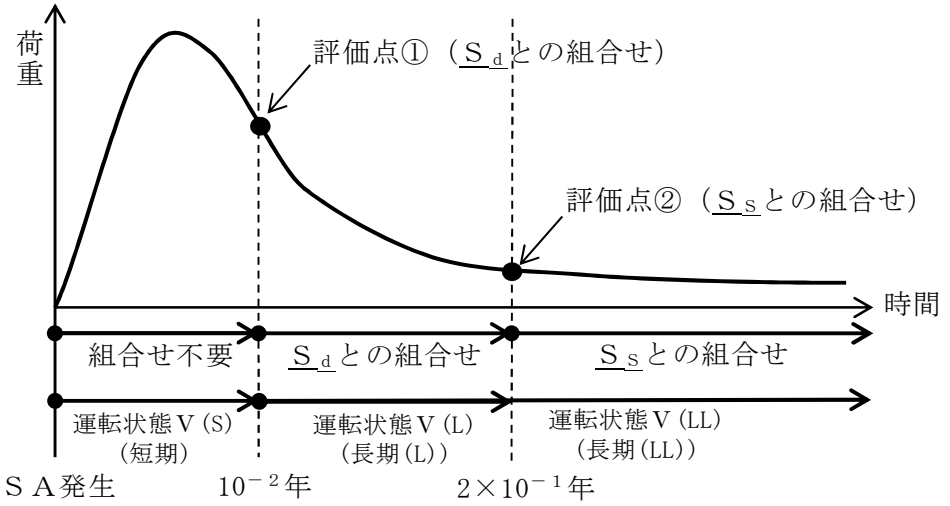


図 5.2.3.1　荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

(4)　荷重の組合せの検討

ａ．ＳＡの選定

原子炉圧力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から，「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は，過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定

するとともに，原子炉自動停止機能が喪失する事象であり，緩和措置がとられない場合には，原子炉出力が維持されるため，原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

事故シーケンスグループ等	ＤＢ条件を超えるもの※1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	×
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	×
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	×
津波浸水による注水機能喪失	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
代替循環冷却を使用する場合	－※2
代替循環冷却を使用しない場合	－※2
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－※2
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－※2
水素燃焼	－※2
シェルアタック	－
溶融炉心・コンクリート相互作用	－※2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×※3
全交流動力電源喪失	×※3
原子炉冷却材の流出	×※3
反応度の誤投入	×※3

※1：有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

※2：非常用炉心冷却系が喪失し，炉心が損傷に至るシナリオである。よって，原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は大破断ＬＯＣＡを起因とし，事故後，急速に減圧するシナリオであり，また，他のシナリオは，原子炉が高圧の状態で維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが，原子炉水位が BAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため，原子炉圧力という点では「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケ

ンスグループに包絡される。

※3：運転停止中は，炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら，運転停止中であり，初期圧力は十分に低く，また，過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は，運転中と比較して十分に小さく，事象の進展も遅くなることから，「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これ以外の事故シーケンスグループ等では，原子炉圧力容器は健全であり，また，スクラム後，急速減圧による低圧注水系による冠水維持開始までの間，逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により，原子炉圧力は制御されることから，ＤＢの荷重条件を超えることはない。また，「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」はＬＯＣＡが発生していることを前提にしており，ＤＢ条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下「ＡＴＷＳ」という。）の炉心損傷防止対策は，主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ＡＲＩ」という。）を備えており，プラント過渡事象が発生し，通常のスクラム機能が，電気的な故障により喪失した場合に，後備の手段としてＡＲＩを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では，このＡＲＩの機能に期待せず，最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし，これによる原子炉圧力上昇による反応度投入，また，主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し，原子炉出力を抑制するためのＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり，スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等

と比較し，最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって，以下のＳＡとして考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおけるＳＡ発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を第 5.2.3.2 表に示す。

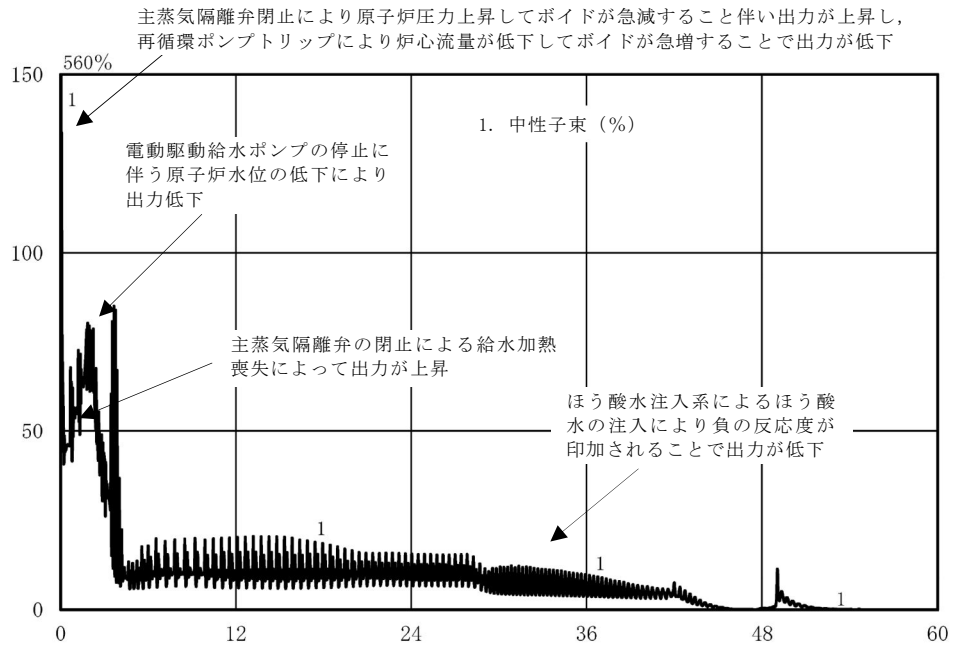
第 5.2.3.2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリのＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.49MPa[gage]
最高温度	約 298℃

表 5.2.3.2 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

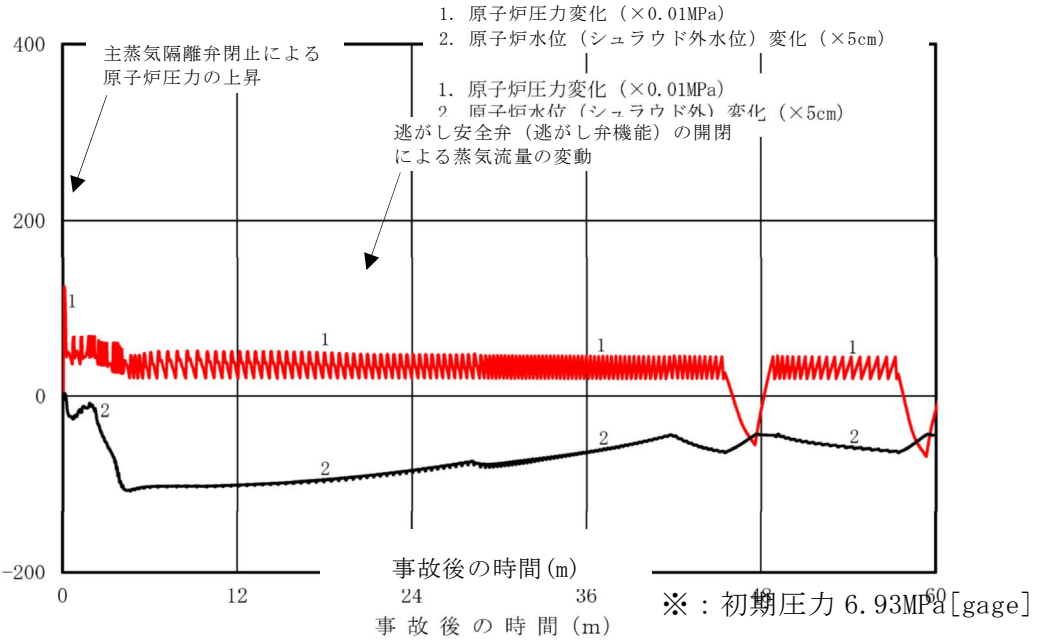
ｂ．ＳＡで考慮する荷重と継続時間

a.項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第 5.2.3.2 図から第 5.2.3.3 図に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降，速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.14MPa[gage]を下回る。



第 5.2.3.2 図　原子炉停止機能喪失における中性子束の推移

（事象発生から 60 分まで）



第 5.2.3.3 図　原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移

（事象発生から 60 分まで）

39-4-40

(1) から(3) より，ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は第 5.2.3.3 表のとおりとなる。この検討に際し，ＳＡ施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり，以下の事項を考慮している。

【ＲＰＶバウンダリのＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率に関する考慮】

・ＳＡの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である 10^{-4}／炉年を適用している。

・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し，地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

第 5.2.3.3 表より，ＳＡの発生確率，継続時間，地震動の超過確率の積等も考慮し，工学的，総合的な判断としてS_dによる地震力とＳＡ後長期(L)荷重，S_Sによる地震力とＳＡ後長期(LL)荷重を組み合わせる。

第 5.2.3.3 表　ＳＡの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故 ｼｰｹﾝｽ	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
原子炉停止機能喪失	10^{-4}／炉年	S_d：10^{-2}／年	10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満	V(L)	10^{-8}／炉年
		S_S：5×10^{-4}／年	2×10^{-1}年以上	V(LL)	10^{-8}／炉年

(5)　まとめ

以上より，ＲＰＶバウンダリとしては，ＳＡ後長期(LL)に生じる荷重とＳｓによる地震力，ＳＡ後長期(L)に生じる荷重とS_dによる地震力を組

み合わせることとする。

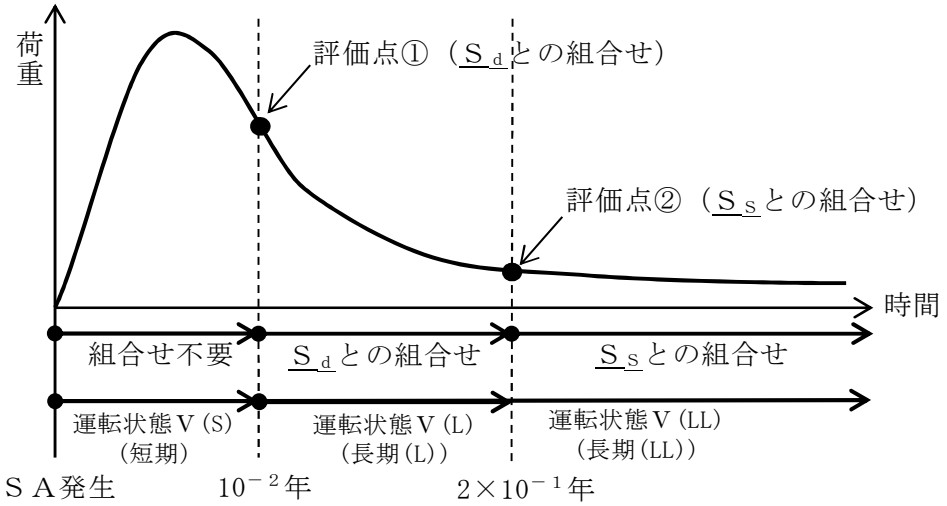


図 5.2.3.4　ＲＰＶバウンダリの荷重の組合せの検討結果（イメージ）

5.2.4　ＳＡ施設の支持構造物

ＳＡ施設の支持構造物については，ＳＡ後長期の雰囲気温度と 5.2.1 から 5.2.3 項それぞれの地震を組み合わせる。ただし，ＳＡ施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。

具体的な組合せ内容は，5.2.1 から 5.2.3 項による。

6.　許容応力状態の検討結果

5.項の組合せ方針に基づき，各施設のＳＡと地震の組み合わせに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は，ＰＣＶバウンダリ，ＲＰＶバウンダリ，全般施設，及びＳＡ施設の支持構造物に分けて検討することとした。

【運転状態の説明】

Ⅰ～Ⅳ：JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

Ⅴ(S)：ＳＡの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

Ⅴ(L)：ＳＡの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

Ⅴ(LL)：ＳＡの状態のうちⅤ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

【許容応力状態】

$Ⅰ_A$ ～$Ⅳ_A$ ：JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$Ⅲ_AS$～$Ⅳ_AS$：JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$Ⅴ_A$　：運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

$Ⅴ_AS$　：許容応力状態$Ⅴ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

（ＳＡ時に要求される機能が満足できる許容応力状態）

6.1　全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.1.1 表に示す。

第 6.1.1 表　ＰＣＶバウンダリ内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅳ_A$ ECCS 等：$Ⅰ*_A$	$Ⅲ_AS$※1	－	$Ⅲ_AS$※1	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	－	－	－	－	－
Ⅴ(LL) Ⅴ(L) Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$※2	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。

※1：ＥＣＣＳに係るもののみ

※2：ＳＡ後短期的なものと，長期的なものを区別せず，それらを包絡する条件をＳＡ条件として設定する。（格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については，6.2 項の検討結果も考慮する）

6.2　原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.2.1 表に示す。ＤＢ条件における評価では，Ｓｄ＋事故後長期荷重では $Ⅲ_AS$ を許容応力状態としているが，これは，ＥＣＣＳ等と同様，ＰＣＶバウンダリが事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また，ＤＢ施設としてＰＣＶバウンダリについては，ＬＯＣＡ後（ＤＢＡ）の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で，ＬＯＣＡ後の最大内圧と S_d の組合せを実施している。ＳＡ施設としてのＰＣＶバウンダリについては，最終障壁としての安全裕度の確認として，重大事故時の格納容器の最高温度，最高内圧を大きく超える 200℃，2Pd の条件で，ＰＣＶバウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

第 6.2.1 表　ＰＣＶバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅰ*_A$	$Ⅲ_AS$	－	$Ⅲ_AS$	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	$Ⅳ_AS$※1	－	－	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$※2	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$			$Ⅴ_AS$※2	－	
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	－	

※１：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧と S_d による地震力との組合せを考慮する。

※２：格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については，6.1 項の検討結果も考慮する。

6.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から，各組合せ条件に対する許容応力状態を第 6.3.1 表に示す。

ＤＢ条件における評価では，S_d＋事故後長期荷重では，ＥＣＣＳ等は $Ⅲ_AS$ を許容応力状態としているが，これは，ＥＣＣＳ等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

第 6.3.1 表　ＰＲＶバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	ＤＢ施設		ＳＡ施設		備　考
		S_d	S_s	S_d	S_s	
Ⅰ	$Ⅰ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅱ	$Ⅱ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅲ	$Ⅲ_A$	$Ⅲ_AS$	$Ⅳ_AS$	－	$Ⅳ_AS$	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(L)	$Ⅳ_A$ ECCS 等：$Ⅰ*_A$	$Ⅳ_AS$※1	－	$Ⅳ_AS$※1	－	ＤＢと同じ許容応力状態とする。
Ⅳ(S)	$Ⅳ_A$	－	－	－	－	－
Ⅴ(LL)	$Ⅴ_A$			－	$Ⅴ_AS$	$Ⅴ_AS$ の許容限界は，東海第二では，$Ⅳ_AS$ と同じものを適用する。
Ⅴ(L)	$Ⅴ_A$			$Ⅴ_AS$	－	
Ⅴ(S)	$Ⅴ_A$			－	－	

※1：ＥＣＣＳに係るものは$Ⅲ_AS$

6.4　ＳＡ施設の支持構造物

ＳＡ施設の支持構造物についての，具体的な許容応力状態は，6.1～6.3 項による。

7. まとめ

ＳＡ施設の耐震設計に当たっては，ＳＡは地震の独立事象として位置付けたうえで，ＳＡの発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係や様々な対策，シーケンスを踏まえ，ＳＡ荷重とＳs，Ｓdいずれか適切な地震力を組み合わせて評価することとし，その組合せ検討結果としては，以下のとおりとなる。

【凡例】
○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのＳＡ※1	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	ＳＡ発生後全期間	10^{-8}/炉年以上	○	ＳＡ荷重＋Ｓｓ
		Ss：5×10^{-4}/年以下	ＳＡ発生後全期間	10^{-8}/炉年以上	○	

※1：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件とＳｓを組み合わせる。

【PCV バウンダリ】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
ＳＡ荷重Ｖ(S)	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年未満	10^{-8}/炉年以下	－	ＳＡ発生後の最大荷重＋Ｓd ＳＡ荷重Ｖ(LL)＋Ｓｓ
		Ss：5×10^{-4}/年以下		5×10^{-10}/炉年以上	－	
ＳＡ荷重Ｖ(L)		Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年以上，2×10^{-1}未満	2×10^{-7}/炉年未満	○	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-9}/炉年以下	－	
ＳＡ荷重Ｖ(LL)		Sd：10^{-2}/年以下	2×10^{-1}年以上	2×10^{-7}/炉年以下	－※1	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-8}/炉年以下	○	

※1：Ｓｓによる評価に包含されるため“-”としている。

【RPV バウンダリ】

	①ＳＡの発生確率	②地震の発生確率	③ＳＡの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
ＳＡ荷重Ｖ(S)	10^{-4}/炉年	Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年未満	10^{-8}/炉年以下	－	ＳＡ荷重Ｖ(L)＋S_d ＳＡ荷重Ｖ(LL)＋S_s
		Ss：5×10^{-4}/年以下		5×10^{-10}/炉年以上	－	
ＳＡ荷重Ｖ(L)		Sd：10^{-2}/年以下	10^{-2}年以上，2×10^{-1}年未満	2×10^{-7}/炉年未満	○	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-9}/炉年以下	－	
ＳＡ荷重Ｖ(LL)		Sd：10^{-2}/年以下	2×10^{-1}年以上	2×10^{-7}/炉年以下	－※1	
		Ss：5×10^{-4}/年以下		10^{-8}/炉年以下	○	

※1：S_sによる評価に包含されるため“-”としている。

重大事故時の荷重条件の妥当性について

(1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては，地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合，耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって，重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては，有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし，全ての事故シーケンスグループ等のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では，不確かさの影響評価（別紙 1 参照）を行っており，解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件，事故条件，機器条件）に対して，評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており（別紙 2 から別紙 4 参照），解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件として，不確かさは考慮せず，有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件について次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度について

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力及び温度が最高となる事故シーケンスは，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち，「原子炉停止機能喪失」であり，ＡＴＷＳで考慮する運転時の異常な過渡変化のうち，過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに，原子炉自動停止機能が喪失する事象であり，緩和措置がとられない場合には，原子炉出力が維持されるため，原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は，主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ＡＲＩ」という。）を備えており，プラント過渡事象が発生し，通常のスクラム機能が，電気的な故障により喪失した場合に，後備の手段としてＡＲＩを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では，このＡＲＩの機能に期待せず，最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし，これによる原子炉圧力上昇による反応度投入，また，主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し，原子炉出力を抑制するためのＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉

再循環ポンプトリップ機能），運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

この事故シーケンスにおけるＳＡ発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を添付 8.1 表に示す。スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し，最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。

添付 8.1 表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図及び添付 8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下により，耐震設計上の設計圧力である 8.14MPa[gage]を下回っている。また，冷却材温度も，原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが，耐震設計上の設計温度である 301℃を下回っている。長期的な観点では，事象発生後 10 秒以降，逃がし安全弁（逃がし弁機能）による原子炉圧力制御が行われ，原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

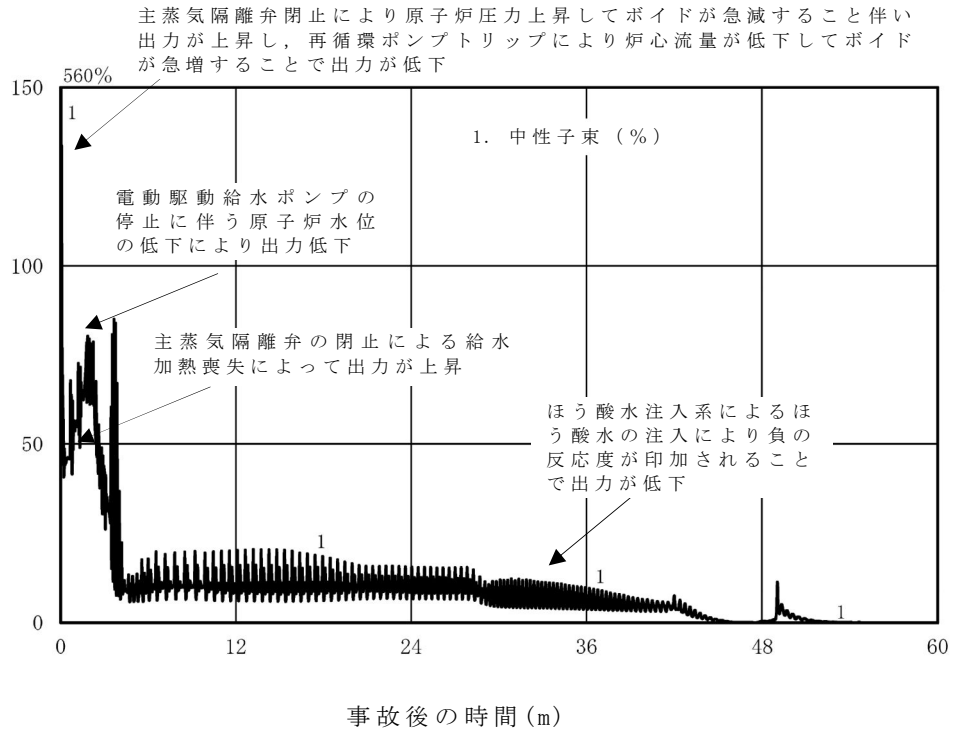
運転員がほう酸注入系を起動し，事象発生後 9 分 30 秒にほう酸

水の注入が開始されることにより，原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後，運転員が原子炉の減圧，除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより，低温停止状態に至る。

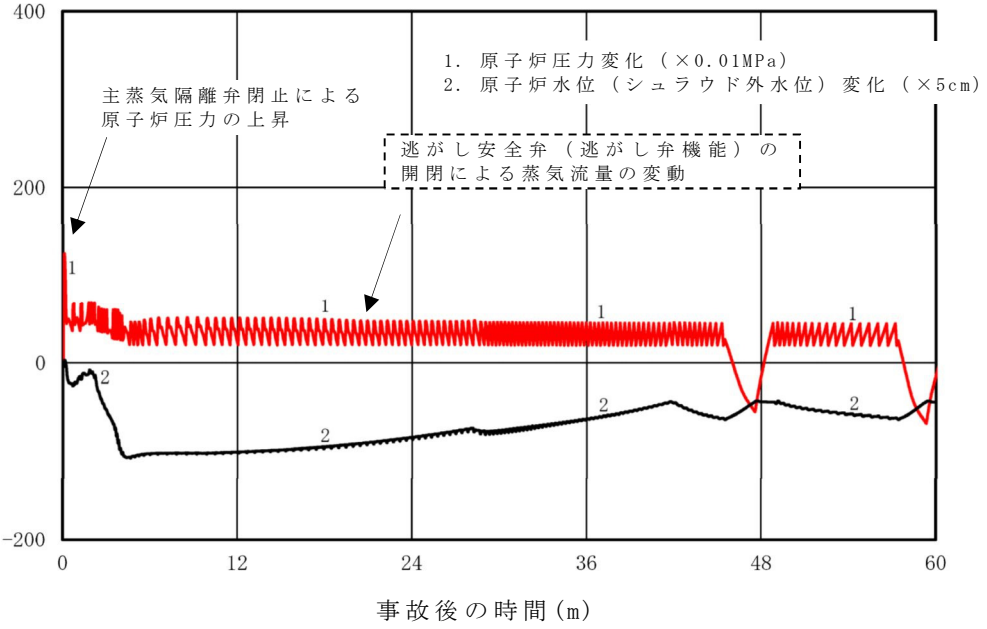
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は，ＤＢ施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表　原子炉冷却材バウンダリのＳＡ時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失	ＤＢ条件
最高圧力	約 8.49MPa［gage］	8.14MPa［gage］
最高温度	約 298℃	301℃



添付 8.1 図　原子炉停止機能喪失における中性子束の推移（事象発生から 60 分まで）



※：初期圧力 6.93MPa[gage]

添付 8.2 図　原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移（事象発生から 60 分まで）

39-4-126

(3)　耐震評価で用いる格納容器の圧力・温度について

格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で，最高使用圧力・温度を超え，さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に，事故発生後10^{-2}年（約3日後）以内及び事故発生後10^{-2}年（約3日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果，以下の事故シーケンスが挙げられる。

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用する場合）

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても，事象発生後10^{-2}年（約3日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年（約3日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから，一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが，上記の除熱機能により，最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって，10^{-2}年（約3日後）以内の温度及び最高使用圧力に基づき，事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コ

ンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には，原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ，その後に生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため，解析の前提として，重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで，各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており，他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は，高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである）。一方，格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では，格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから，「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは，原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は，大破断ＬＯＣＡが発生し，流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，炉心損傷を伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により，格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記 2 つの事故シーケンスグループ等について，事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度を添付 8.2 表に示す。添付 8.2 表に示すとおり，最高圧力及び温度はほぼ同等であり，これら 2 つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度条件とする。

なお，上記の 2 つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では，不確かさの影響評価を行っており，解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件，事故条件，機器条件）に対して，評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており，また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。しかしながら，ＰＣＶバウンダリは，ＳＡ発生時における最終障壁となることから，その重要性を考慮し，ＳＡ発生後 10^{-2} 年以降 2×10^{-1} 年未満の期間として組み合わせる荷重は，保守的に事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を S_d と組み合わせる。

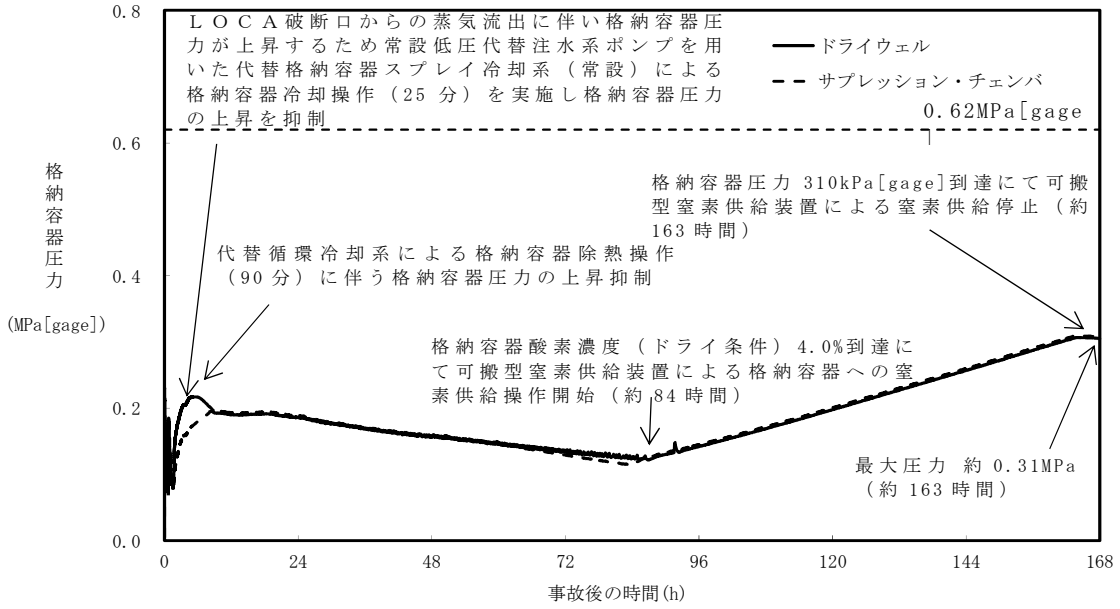
上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について，格納容器圧力・温度の解析結果を添付 8.3 図から 8.6 図に示す。添付 8.3 図から 8.6 図より，重大事故発生後 10^{-2} 年（約 3 日後）前までに，

格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における10^{-2}年（約3日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，一時的に上昇する期間があるが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

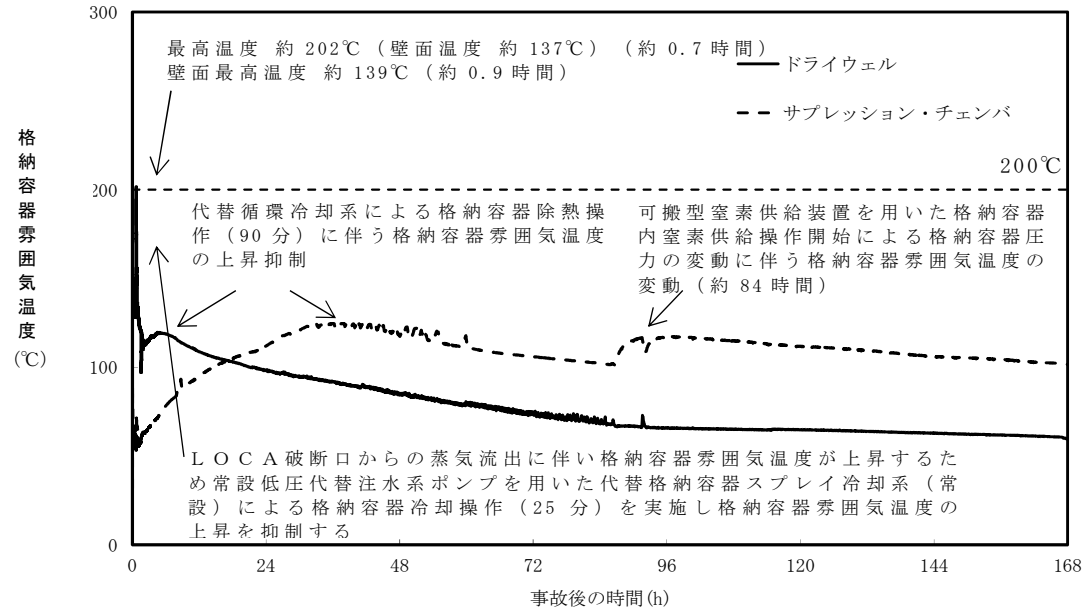
添付8.2表　格納容器のＳＡ時の圧力・温度

（有効性評価結果）

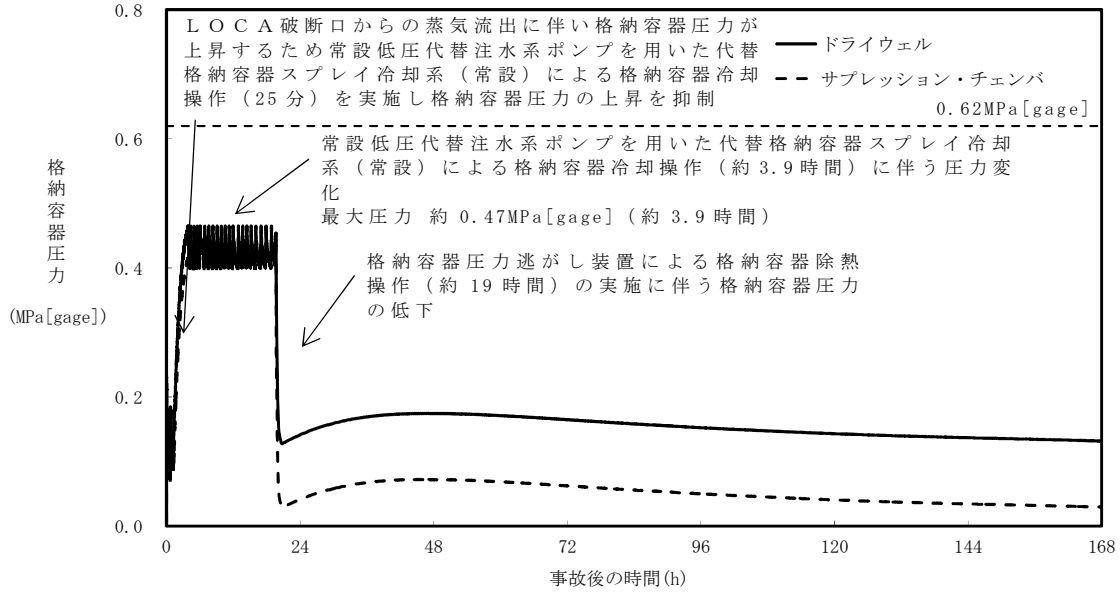
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約465kPa[gage]
最高温度（壁面温度）	約139℃	約157℃
圧力（10^{-2}年後）	310kPa[gage]以下	約465kPa[gage] 以下
温度（10^{-2}年後）	約139℃以下	約157℃以下



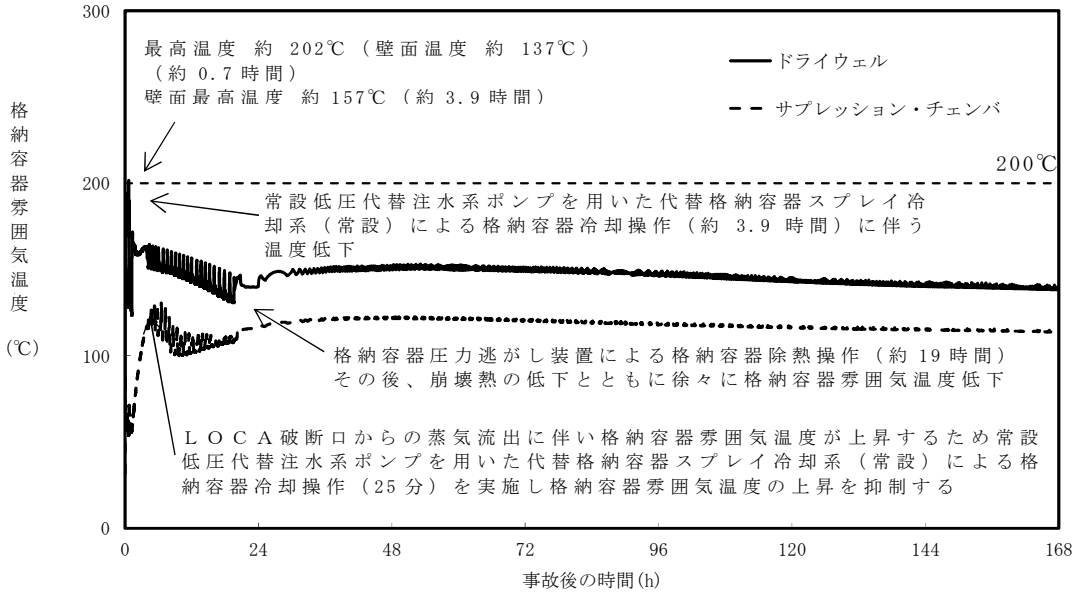
添付 8.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



添付 8.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の推移



添付8.5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



添付8.6図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

(4)　重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について

前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため，耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については，有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち，最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

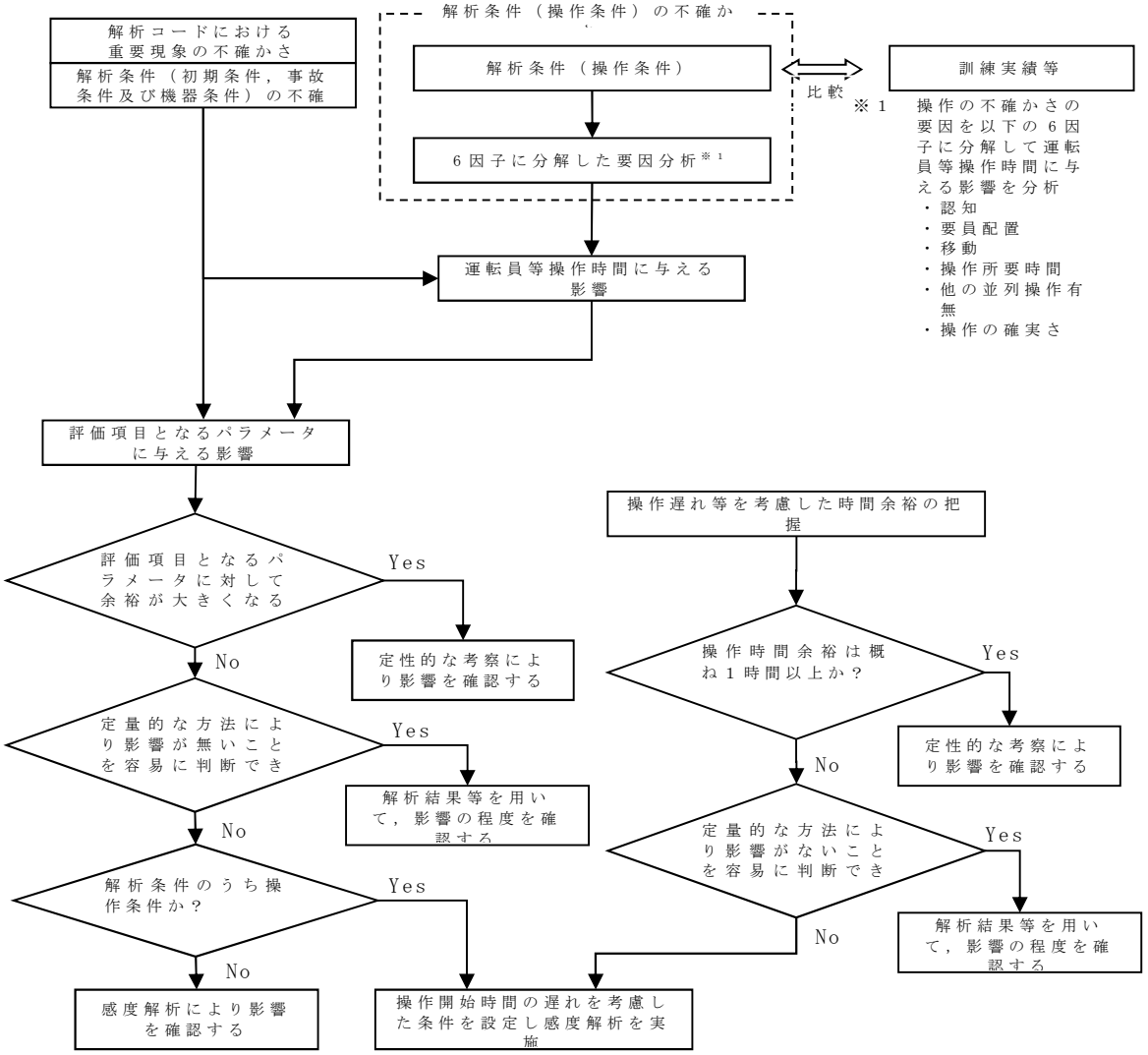
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付 8.3 表に示す。

添付 8.3 表　重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
ＲＰＶ	圧力 温度	原子炉停止機能喪失（全事故シーケンスのうち，原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	原子炉熱出力，原子炉圧力，炉心流量，給水温度は，最確条件を使用するが，本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい，主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ（動的ボイド係数・動的ドップラ係数）を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。
ＰＣＶ	圧力 温度	格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち，格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積及び初期ドライウェル雰囲気温度は設計値を使用し，サプレッション・プール水温（サプレッション・チェンバ気相部温度と同じ）及びサプレッション・プール水位はサプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については，保守的な条件として設定している。

別紙 1

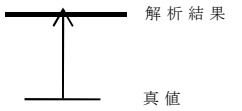
解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



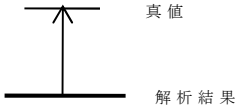
※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方

解析コードにおける重要現象の不確かさの場合

①真値が解析結果に包含されるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認

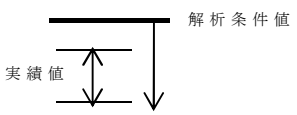


②真値が解析結果に包含されないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認

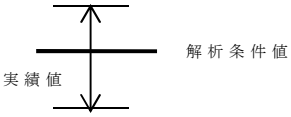


解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさの場合

①実績値が解析条件に包含されるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認

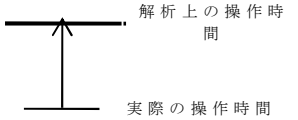


②実績値が解析条件に対して正負の値をとるもの
⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認

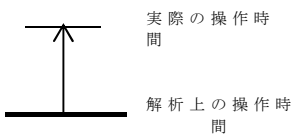


解析条件（操作条件）の不確かさの場合

①解析上の操作時間の余裕があるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認



②解析上の操作時間の余裕がないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認



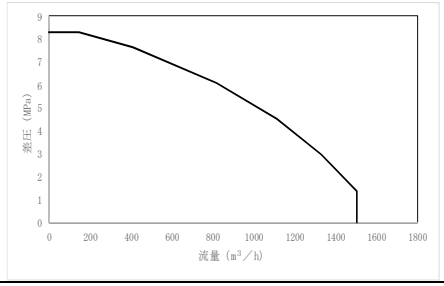
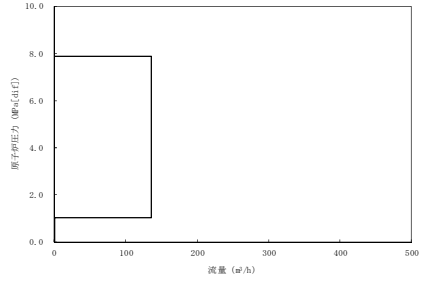
主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		プラント動特性：ＲＥＤＹ	－
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126 ㎝）	通常運転水位を設定
	炉心流量	41,060t／h （85％）	初期炉心流量が小さいほど，初期のボイド率が大きくなることで原子炉圧力上昇時にボイドが潰れることで印加される正の反応度が大きくなり，原子炉出力の観点で厳しい設定となる このため，保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量を設定
	主蒸気流量	6,420t／h	定格主蒸気流量を設定
	給水温度	216℃	初期給水温度が低い方が，印加反応度が大きくなり原子炉出力が高めに推移することで，格納容器圧力及び温度並びにサプレッション・プール水温度に対して厳しい設定となる。このため，通常運転時の状態を包含する低めの温度を設定 初期温度 216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失により一次遅れで低下し，電動駆動給水ポンプ停止時点で約 84℃まで低下
	燃料及び炉心	９×９燃料（Ａ型） 単一炉心	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	核データ （動的ボイド係数）	平衡サイクル末期の値の 1.25 倍	炉心に印加される正の反応度が大きくなる保守的な条件を設定
	核データ （動的ドップラ係数）	平衡サイクル末期の値の 0.9 倍	
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器空間体積	9,800m^3	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水量	3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉圧力の上昇が大きく，原子炉出力の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能（ＡＲＩ）	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源あり	給復水系及び再循環ポンプが一定期間運転を継続することで，原子炉出力の観点で厳しい外部電源ありを設定
重大事故等対策に関連する機器条	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉	－
	主蒸気隔離弁の閉止時間	3秒	原子炉圧力の上昇が早く，原子炉出力の観点で厳しい条件である保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）にて再循環ポンプが2台トリップ（遅れ時間0.2秒）	設計値を設定
	ドライウェル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	設計値を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個，354.6t/h/個 7.44MPa[gage]×4個，357.8t/h/個 7.51MPa[gage]×4個，361.1t/h/個 7.58MPa[gage]×4個，364.3t/h/個 7.65MPa[gage]×4個，367.6t/h/個	設計値を設定 原子炉圧力が低めに維持される方が，原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなり，原子炉水位が高めに維持されることで，原子炉出力の観点で厳しい設定となる

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	高圧炉心スプレイ系	ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 ・注水流量：145～1,506m^3／h ・注水圧力：0～8.30MPa[dif]	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始タイミングが早く，注水流量が大きい方が，原子炉水位が高めに維持されることで，原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，自動起動遅れ時間を0秒とし，注水流量はポンプ性能評価に基づく大きめの流量特性を設定 
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 サプレッション・プール水温度が106℃に到達した場合は停止 ・注水流量：136.7m^3／h ・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]	注水特性はタービン回転数制御により一定流量に制御されることから，設計値を設定 自動起動遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が，原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，0秒を設定 

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸注入系	注入流量：163L／min ほう酸水濃度：13.4wt％	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	熱交換器1基あたり約53MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（5／6）

項　　目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸注入系	注入流量：163L／min ほう酸水濃度：13.4wt％	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	熱交換器1基あたり約53MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（6／6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析：ＳＣＡＴ	－
最小限界出力比（ＭＣＰＲ）	1.24	初期の最小限界出力比が小さい方が沸騰遷移までの余裕が小さくなることで，被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため，９×９燃料（Ａ型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限値を設定
燃料棒最大線出力密度（ＭＬＨＧＲ）	44.0kW／m	初期の燃料線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
ＢＴ判定（時刻）	ＧＥＸＬ相関式	－
ＢＴ後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	－
リウェット相関式	「ＢＷＲにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式２	－

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（1／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t／h	定格流量を設定
	燃　　料	９×９燃料（Ａ型）	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI／ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd／t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，１サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約１ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	設計値を設定
	格納容器体積（サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（2／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位－4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として，代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペデスタル（ドライウェル部）のプール水	考慮しない	ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時からプール水が存在するが，格納容器の熱容量に寄与することから，格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮しない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（3／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源ありの場合を包括する条件として，機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（4／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として，外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから，全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m^3／h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m^3／h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として，運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	代替循環冷却系	循環流量は，全体で250m^3／hとし，原子炉へ150m^3／h，格納容器スプレイへ100m^3／hに流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量，格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度32℃において）	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で，過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	可搬型窒素供給装置	窒素198m^3／h及び酸素2m^3／hの流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用する場合）（5／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が 4.0%（ドライ条件）に到達時	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t／h	定格流量を設定
	燃　　料	９×９燃料（Ａ型）	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI／ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd／t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	設計値を設定
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（2／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位－4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として，保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として，保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として，代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペデスタル（ドライウェル部）のプール水	考慮しない	ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時からプール水が存在するが，格納容器の熱容量に寄与することから，格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮しない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（3／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源ありの場合を包括する条件として，機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，格納容器圧力及び雰囲気温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（4／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で，外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号による原子炉スクラムを設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから，全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m^3／h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m^3／h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として，設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	格納容器圧力逃がし装置	排気特性：13.4kg／s（格納容器圧力 310kPa[gage]において）	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として，機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（5／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から25分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage]到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m到達から5分後	評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）への到達防止を踏まえて設定

東海第二発電所における運転状態Ⅴ(LL)の適切性について

(1) はじめに

ＳＡ施設は，ＤＢを超え、ＳＡが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから，運転状態として従来のⅠ～Ⅳに加え，ＳＡの発生している状態として運転状態Ⅴを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ，事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(S)とし，一連の過渡状態を除き，ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態Ⅴ(L)，Ⅴ(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態Ⅴ(LL)として定義している。ここでは，東海第二発電所において新たに定義した運転状態Ⅴ(LL)の適切性について示す。

(2) 東海第二発電所における格納容器除熱評価

添付 9.1 表に雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付 9.1 表に示す事象発生後 2×10^{-1}年（73 日後）の格納容器圧力及び温度のとおり，事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。

添付 9.1 表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移

項目	10^{-2}年後 （3 日後）	2×10^{-1}年後 （73 日後）	ＤＢ耐震条件 （Ｓｓ）
ドライウェル圧力	約 166kPa[gage]	約 92kPa[gage]	大気圧相当 （＋14kPa）
サプレッション・チェンバ圧力	約 63kPa[gage]	約 4kPa[gage]	
ドライウェル温度	約 152℃	約 137℃	57℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約 122℃	約 109℃	35℃
サプレッション・プール水温度	約 116℃	約 102℃	
サプレッション・プール水位	約 14.8m	約 13.4m	HWL（7.1m）

(3)　ＢＷＲの格納容器の特性について

(2)において，事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが，これはＢＷＲの格納容器の特性に起因するものである。以下にＰＷＲと比較したＢＷＲの格納容器の特性を示す。

・ＢＷＲでは格納容器底部に熱の蓄積場所としてのサプレッション・プールが存在しており，その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないＰＷＲとは状況が異なる

・ＢＷＲにおいて，ＥＣＣＳが機能喪失する前提では，原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(代替淡水貯槽)を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから，これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある

上記より，東海第二発電所ではその特徴を踏まえ，ＰＷＲ(伊

方３号)とは異なり運転状態Ⅴ(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し，格納容器内の条件(温度，圧力，水位上昇)による影響を確認する必要がある。

なお，長期安定状態における東海第二発電所とＰＷＲ(伊方３号)の格納容器除熱手段は，添付 9.2 表であり，同等の除熱設備を有している。

添付 9.2 表　長期安定状態における東海第二発電所とＰＷＲ(伊方３号)の格納容器除熱手段

東海第二発電所	残留熱除去系（残留熱除去系熱交換器）		残留熱除去系（緊急用海水系） 代替循環冷却系（緊急用海水系）	格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）
ＰＷＲ（伊方３）	余熱除去系（余熱除去冷却器）	格納容器スプレイ再循環（格納容器スプレイ冷却器）	仮設格納容器スプレイ再循環（余熱除去冷却器，使用済燃料ピット冷却器）	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系

(4)まとめ

東海第二発電所はその格納容器の特徴を踏まえ，ＰＷＲ（伊方 3 号）とは異なる運転状態Ⅴ(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり，ＳＡ時の運転状態Ⅴ(LL)の格納容器内の条件（温度，圧力，水位上昇）による影響を確認することが適切であると考える。

荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及び その荷重条件の保守性について

(1)　はじめに

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し,荷重条件を設定している。

ここでは，当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。

(2)　荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して，荷重条件は以下の二つのシナリオのうち,①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。

①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」

②　ＲＰＶ破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ

「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗」

②のシナリオは,ＲＰＶ破損後の格納容器破損モードを評価するため，重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定

として評価しており，本来は高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。なお，原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても，事象発生から 2 時間までに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで，下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。

また,炉心損傷頻度及び低圧代替注水系（常設）による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と，荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると，添付 10.1 表に示すとおり 10^{-8}／炉年未満となり,荷重の組合せの判断目安を下回る。

上記より,「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して，荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定することが適切である。

添付 10.1 表　ＲＰＶ破損発生と地震動が重畳する頻度

事故シーケンス	ＲＰＶ破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間 ＝ ＲＰＶ破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象＋ＥＣＣＳ機能喪失＋（ＳＡ炉心注水無し）	10^{-4}/炉年※1（炉心損傷頻度）× 10^{-2}/炉年未満※2（低圧代替注水系（常設）の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率）× 10^{-2}/炉年※3（弾性設計用地震動Ｓｄ）× 1年未満※4（継続時間）＋ 5×10^{-4}/炉年※3（基準地震動Ｓｄ）× 20年未満※4（継続時間）＝10^{-8}/炉年未満

※１：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}／炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は 10^{-4}／炉年よりも十分に小さいものと評価しており，この値の使用は保守的と考える。

※２：事象発生後，低圧代替注水系（常設）により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧，電源復旧，低圧代替注水系（常設）運転等の失敗確率を組み合わせて算出。

※３：JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率Ｓ２，Ｓ１の発生確率をＳｓ，Ｓｄに読み換えた。

※４：弾性設計用地震動Ｓｄを考慮する場合，荷重の組合せの対象期間は事象発生１年以降であり，その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動Ｓｓを考慮する場合は，荷重の組合せの対象期間は 20 年以降とさらに長期となる。

（参考１）　設置許可基準規則第３９条及び解釈（抜粋）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
（地震による損傷の防止） 第三十九条　重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。	第３９条（地震による損傷の防止） １　第３９条の適用に当たっては、本規程別記２に準ずるものとする。
一　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	
二　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。	２　第１項第２号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記２第４条第２項から第４項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。
三　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）　基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	
四　特定重大事故等対処施設　第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。	３　第１項第４号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記２第４条第２項第１号の耐震重要度分類のＳクラスに適用される地震力と同等のものとする。
２　重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた	４　第１項第４号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために

（参考２）設置許可基準規則第４条及び解釈

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
（地震による損傷の防止） 第四条　設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ２　前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 ３　耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 ４　耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	第４条（地震による損傷の防止） 別記２のとおりとする。

（参考３）設置許可基準規則第４条の別記２（抜粋）（１／２）

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四　基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

６　第４条第３項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一　耐震重要施設のうち、二以外のもの

・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

（参考３）設置許可基準規則第４条の別記２（抜粋）（２／２）

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二　津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。

・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。

・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。

・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示す

建物・構築物に関する項目　3.1　使用材料及び材料定数」及び「5.
土木構造物に関する項目　5.1　使用材料及び材料定数」のとおり
材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること

4.2　荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1)　地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・JEAG4601

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格（(社)日本機械学会，2005/2007）

(2)　荷重の組合せ

①　Ｓクラスの機器・配管系について、基準地震動 Ss による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

②　Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Ｂクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

4.3　許容限界

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

（参考４）耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（２／３）

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系の基準地震動Ssによる地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。

・JEAG4601
・発電用原子力設備規格　設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和５６年設計審査指針によるＡs クラスを含むＡクラスの施設をＳクラスの施設、昭和５６年設計審査指針による基準地震動 S_2、S_1 をそれぞれ基準地震動 Ss、弾性設計用地震動 Sd と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

4.4 地震応答解析

4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

(1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に設定していること。

(2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化

建物・構築物に関する項目　3.1　使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目　5.1　使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

4.2　荷重及び荷重の組合せ

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

(1)　地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・JEAG4601

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

(2)　荷重の組合せ

①　Ｓクラスの機器・配管系について、基準地震動 Ss による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

②　Ｂクラス、Ｃクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Ｂクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平２方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

（参考５）JEAG4601(抜粋)（１／７）（JEAG4601・補 1984 P44,P45）

表Ⅰ－３－１　第２種容器の運転状態の分類（BWR）

昭和 55 年通産省告示第 501 号	事象		地震と事象の組合せを独立事象とした場合		地震の従属事象としての適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明		
運転状態－Ⅰ A－1	起動	原子炉停止時から通常運転までの温度，圧力の変動荷重。	S_1 △ S_2 △	事象の継続時間は時間のオーダー。	×	運転状態Ⅰの出力運転で代表される。
	停止	上記の逆の事象が生じる。	S_1 △ S_2 △	同上	×	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力，温度，機械的荷重。	S_1 ○ S_2 ○		×	
	高温待機	第２種容器に対しては，上記と同じ荷重。	S_1 △ S_2 △		×	運転状態Ⅰの出力運転で代表される。
	燃料交換		S_1 △ S_2 △		×	運転状態Ⅰの出力運転における設計条件で代表される。

昭和 55 年通産省告示第 501 号	事象		地震と事象の組合せを独立事象とした場合		地震の従属事象としての適用の有無	備考
分類	項目	説明	適用の有無	説明		
運転状態－Ⅱ A－2	外部電源喪失	これらの事象が起これば，原子炉圧力が上昇し逃がし安全弁が作動する。この場合第２種容器に空気泡振動による荷重が作用する。	S_1 △ S_2 ×		△	運転状態Ⅱの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	負荷の喪失		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	主蒸気隔離弁の閉鎖		S_1 ○ S_2 ×	事象後30分程度にわたる逃がし安全弁作動。	○	
	給水制御系の故障		S_1 △ S_2 ×		△	運転状態Ⅱの主蒸気隔離弁の閉鎖で代表される。
	圧力制御装置の故障		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	全給水流量喪失（給水ポンプ停止）		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	タービントリップ		S_1 △ S_2 ×		△	同上
	逃がし安全弁誤作動（１個）		S_1 △ S_2 ×		×	同上
運転状態－Ⅲ A－3	原子炉圧力容器の過大圧力	逃がし安全弁作動による空気泡振動が作用する。	S_1 × S_2 ×	この事象の継続時間は１分以内。	×	
運転状態－Ⅳ A－4	冷却材喪失事故		S_1 ○ S_2 ×	長時間＊継続するもの。（＊ 10^{-1} 年以上）	×	長時間＊作用する圧力，温度は基準地震動 S_1 と組合せるものとする。また冷却材喪失事故時に短時間働く圧力，温度以外に，プール水揺動による衝撃力があるが，これは告示24条のジェット荷重と同等に扱う。（＊ 10^{-1} 年以上）

（参考５）JEAG4601(抜粋)（２／７）(JEAG4601・補 1984 P41)

運転状態－Ⅳ	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度，圧力の変動による荷重を考える。	S_1 × S_2 ×	同　上	×	
	主蒸気管破断事故A-4		S_1 × S_2 ×	同　上	×	
	冷却材喪失事故A-4		S_1 △ S_2 ×	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)	×	

付　録　2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とＪEAG 4601・補－1984「原子力発電所耐震設計技術指針－許容応力編」での検討を踏まえた結果，地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別(1) ＼ 荷重の組合せ	第1種 機器支持構造物	第2種 容器支持構造物	第3種 機器支持構造物	第4種 容器管	第5種 管	炉心支持構造物	その他 ポンプ・弁	その他 炉内構造物	その他 支持構造物
A_S	$D+P+M+S_1$	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	－	－	－	$\mathrm{III}_A S$	－	－	－
	$D+P_D+M_D+S_1$	－	－	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	－	－	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$
	$D+P_L+M_L+S_1$	$\mathrm{IV}_A S$ (2)	$\mathrm{III}_A S$ (3)	－	－	－	$\mathrm{IV}_A S$	－	－	－
	$D+P+M+S_2$	$\mathrm{IV}_A S$	$\mathrm{IV}_A S$	－	－	－	$\mathrm{IV}_A S$	－	－	－
	$D+P_D+M_D+S_2$	－	－	$\mathrm{IV}_A S$	$\mathrm{IV}_A S$	－	－	$\mathrm{IV}_A S$	$\mathrm{IV}_A S$	$\mathrm{IV}_A S$
A	$D+P_D+M_D+S_1$	－	－	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	－	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$	$\mathrm{III}_A S$
B	$D+P_d+M_d+S_B$	－	－	$B_A S$	$B_A S$	$B_A S$	－	$B_A S$	－	$B_A S$
C	$D+P_d+M_d+S_C$	－	－	－	$C_A S$	$C_A S$	－	$C_A S$	－	$C_A S$

注：(1) 各設備の種別は，原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
1）耐震A又はA_Sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第３種の規定を準用する。
2）第５種管に分類されないダクトについても，第５種管の規定を準用する。
3）上記1)，2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第４種の規定を準用する。

(2) なお，ＥＣＣＳ及びそれに関連し，事故時に運転を必要とするものにあっては$\mathrm{III}_A S$とする。

(3) 1）第２種容器，許容応力状態$\mathrm{III}_A S$の荷重の組合せ（$D+P_L+M_L+S_1$）のP_Lは，ＬＯＣＡ後10^{-1}年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
2）原子炉格納容器は，ＬＯＣＡ後の最終障壁となることから，構造体全体としての安全裕度を確認する意味でＬＯＣＡ後の最大内圧とS_1地震動（又は静的地震力）との組合せを考慮する。
この場合の評価は，許容応力状態$\mathrm{IV}_A S$の許容限界を用いて行う。

（参考５）JEAG4601(抜粋)（４／７）(JEAG4601・補 1984 P49)

〔記号の説明〕

D ： 死荷重

P ： 地震と組合わすべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）における圧力荷重

M ： 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で（冷却材喪失事故後の状態は除く）設備に作用している機械的荷重

〔各運転状態におけるP及びMについては，安全側に設定された値（たとえば最高使用圧力，設計機械荷重）を用いてもよい。〕

P_L ： 冷却材喪失事故直後を除き，その後に生じている圧力荷重

M_L ： 冷却材喪失事故直後を除き，その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重

P_D ： 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_D ： 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

P_d ： 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d ： 当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_1 ： 基準地震動S_1により定まる地震力又は静的地震力

S_2 ： 基準地震動S_2により定まる地震力

S_B ： 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は，静的地震力

〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動S_1に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕

S_C ： 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力

III_AS： 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

IV_AS： 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

B_AS： 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態

C_AS： 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態

〔III_AS, IV_AS, B_AS, C_ASはJEAG 4601・補－1984「原子力発電所の耐震設計技術指針－許容応力編」による。〕

（参考５）JEAG4601(抜粋)（５／７）(JEAG4601・補 1984 P78,P79)

1.2 基本的考え方

1 2.1 耐震 A_S 及び A クラス施設について

運転状態と地震動の組合せ，これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

(1) 基準地震動 S_1

基準地震動 S_1 による荷重を運転状態Ⅰと組合せた状態で，原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにＥＣＣＳ等のように運転状態Ⅳ(Ｌ)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S_1 による荷重を運転状態Ⅰ及び／又は運転状態Ⅳ(Ｌ)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち，運転状態Ⅲに対する許容応力状態 $Ⅲ_A$ を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 $Ⅲ_A$ Ｓを限度とする。

(e) 熱応力の扱い

S_1地震応力と熱応力の組合せは，図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。

熱伝導解析により求められる温度荷重を用い，弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合，熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが，その低減は，表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については，[5.3.2-1] 設計法，[5.3.2-2~7] 関連実験及び[5.3.2-8] 関連規準を参考とされたい。

また，熱応力との組合せによる応力に対しては，このほかひびわれ[5.3.2-9~11]断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

表5.5.1-6　荷重の組合せ（基礎マット）

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D＋O	長期
(2)	D＋O＋L*	
(3)	D＋O＋L	短期
(4)	D＋O＋S_1*	
(5)	D＋O＋S_2	機能維持の検討
(6)	D＋O＋L＋S_1*	

(5), (6)の組合せは，原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

D　：死荷重（自重及び機器支持荷重，サプレッションプール水重量等）

O　：通常運転時荷重（機器に加わる活荷重，逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等）

L*　：事故時内圧荷重（冷却材喪失事故時最大圧力荷重）

L　：事故時荷重（冷却材喪失事故時圧力，温度，蒸気ブローダウンによる荷重）

S_1^*　：基準地震動 S_1 又は静的地震力による地震荷重

S_2　：基準地震動 S_2 による地震荷重

ＳＡ用海水ピット，海水引込み管等の構造について

１．ＳＡ用海水ピット，海水引込み管等の構造について

重大事故等対処施設のうち，非常用海水取水設備であるＳＡ用海水ピット，緊急用海水ポンプピット等の構造について，以下にその概要を示す。

非常用海水取水設備としては，海側からＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピット，緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットで構成されている。同設備の縦断面図を第１図に示す。

ＳＡ用海水ピット取水塔は，外径約 7m，内径約 4m，高さ約 21m の鉄筋コンクリート造の円筒状の地中構造物で，東海港内に位置し，海底から岩盤（久米層）に設置する。鉄筋コンクリート躯体の上部には，津波による漂流物の進入の軽減を目的として，格子状の防護蓋を設置する。また，鉄筋コンクリート造の円筒の中に，通水管を設置し，その取水部は複数設置する。ＳＡ用海水ピット取水塔内の通水管の呑み口は，底部から約 12m 上方に設置されており，堆砂による影響を軽減している。

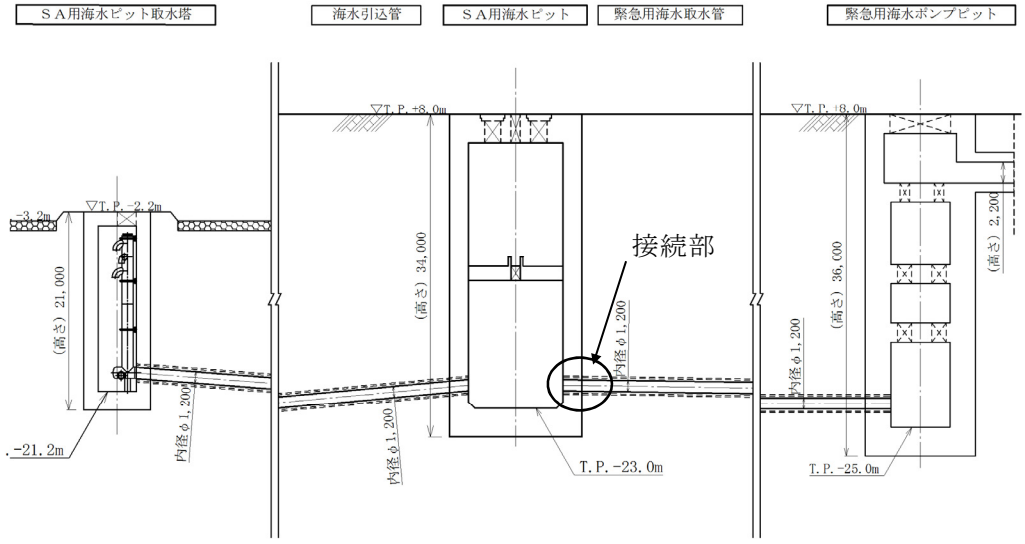
海水引込管は，内径約 1.2m の鋼製の管路で，岩盤（久米層）内に設置する。また，ＳＡ用海水ピット取水塔及びＳＡ用海水ピットと岩盤内で接続する。なお，地震時の変位に対する応力低減の観点から，ＳＡ用海水ピット取水塔及びＳＡ用海水ピットとの接続部並びに管路の複数個所に可撓継手を設置する計画である。可撓継手の仕様等については，基準地震動S_sによる地震応答解析結果に基づき設計する。

ＳＡ用海水ピットは，外径約 14m，内径約 10m，高さ約 34m の鉄筋コンクリート造の円筒状の地中構造物で，岩盤（久米層）に設置する。ＳＡ用海水ピットの鉄筋コンクリート躯体上部には，外郭防護１施設であるＳＡ用海水

ピット浸水開口部防止蓋を設置する。また，ＳＡ時の可搬型設備の取水ポンプを載せる中床版を設けている。ＳＡ用海水ピットにおける海水引込み管及び緊急用海水取水管は，底版から約 1.9m 上方に設置されており，堆砂による影響を軽減している。

緊急用海水取水管は，内径約 1.2m の鋼製の管路で，岩盤（久米層）内に設置する。また，ＳＡ用海水ピット及び緊急用海水ポンプピットと岩盤内で接続する。なお，地震時の変位に対する応力低減の観点から，ＳＡ用海水ピット及び緊急用海水ポンプピットとの接続部並びに管路の複数個所に可撓継手を設置する計画である。可撓継手の仕様等については，基準地震動S_sによる地震応答解析結果に基づき設計する。

緊急用海水ポンプピットは，外寸約 11.6m×約 12.2m，高さ約 36m の鉄筋コンクリート造の箱型の地中構造物で，岩盤（久米層）に設置する。緊急用海水ポンプピットは，上部に緊急用海水ポンプを設置するポンプ室とその下部に海水の通水路となるピット部を有する。緊急用海水ポンプピットにおける緊急用海水取水管は底部から約 1.9m 上方に設置されており，堆砂による影響を軽減している。

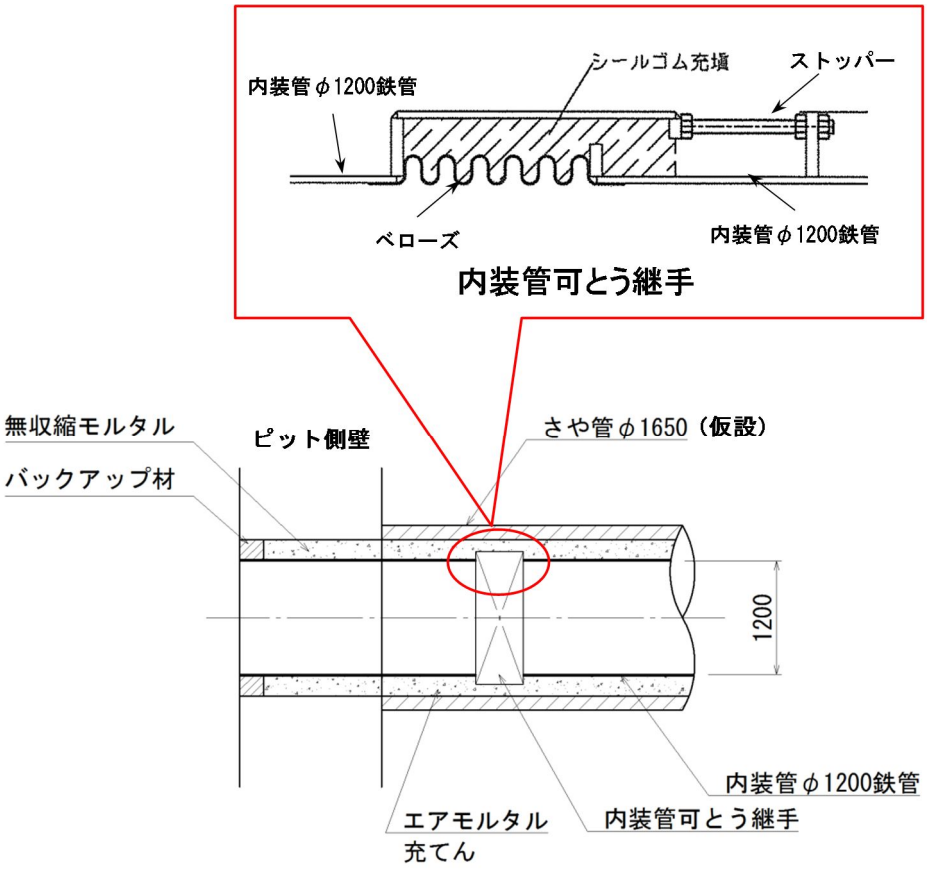


第１図　ＳＡ用海水ピット取水塔～緊急用海水ポンプピット　縦断図

２．海水引込み管，緊急用海水取水管とピットとの接続形式について

海水引込み管，緊急用海水取水管のピットの接続部は，岩盤内に位置しているものの鉄筋コンクリート製の剛な立坑構造であるＳＡ用海水ピット，ＳＡ用海水ピット取水塔と海水引込み管及び緊急用海水取水管の振動特性の違いから，両者の間には有意な相対変位が生じる可能性が想定される。

このため，海水引込み管及び非常用海水取水管はピットの内面まで貫入し，外周をエアモルタル等で充填する形式とし，軸方向への管の変位を許容する構造を計画している。なお，可撓継手の設置を考慮した試計算における基準地震動S_sによる相対変位量は10cm程度であり，ＳＡ用海水ピットの側壁の壁厚（2m）及びＳＡ用海水ピット取水塔の側壁の壁厚（1.5m）に対して十分な余裕を有している。海水引込み管・緊急用海水取水管とピットとの接続部を第２図に示す。



第２図　海水引込み管，緊急用海水管とピットとの接続部